2 - Princípios de Radioproteção e Dosimetria

2.1 - Evolução Conceitual das Grandezas

2.1.1 - A quantificação da radiação ionizante

Uma das questões iniciais na utilização da radiação ionizante é como realizar uma medição de quantidades utilizando a própria radiação ou os efeitos e subprodutos de suas interações com a matéria.

2.1.1.1 - Campo de radiação

Uma abordagem intuitiva seria medir quantas radiações são emitidas, por exemplo, num intervalo de tempo ou quantas radiações atravessam determinada secção ou área.

São grandezas radiológicas associadas ao campo de radiação, que contabilizam o número de radiações relacionado com alguma outra grandeza do sistema de medição tradicional, como tempo e área. Com isso, pode-se definir grandezas do tipo Atividade de um material radioativo, ou Fluência de partículas de um acelerador.

Outra abordagem, seria em relação às propriedades do campo de radiação para fins de definição de outras grandezas, como: campos expandidos e alinhados.

2.1.1.2 - Grandezas Dosimétricas

Outra maneira seria avaliar os efeitos da interação da radiação com um material, utilizando algum efeito ou subproduto.

Por exemplo, utilizando a carga elétrica dos elétrons ou íons produzidos pela ionização, a energia transferida ao material pela radiação, a energia absorvida pelo material, a luminescência, a alteração da condutividade elétrica, o calor produzido, o defeito cristalino e a alteração química.

De modo semelhante, utilizando relações com a massa ou volume, pode-se definir grandezas radiológicas como; *Exposição, Kerma e Dose Absorvida.* São grandezas dosimétricas, pois estão associadas a quantidade de radiação que um material foi submetido ou absorveu.

2.1.1.3 - Grandezas Limitantes

Quando os efeitos das interações acontecem no organismo humano e caso as suas consequências possam ser deletérias, pode-se definir grandezas limitantes, para indicar o risco à saúde humana devido à radiação ionizante.

Como as radiações apresentam diferenças na ionização, penetração e, consequente dano biológico, introduz-se fatores de peso associados às grandezas dosimétricas e, assim, se obtém o Equivalente de Dose.

Como o conceito de dose não utiliza somente as grandezas básicas na sua definição, pode surgir uma variedade de grandezas limitantes dependendo do propósito de limitação do risco.

Assim, define-se: *o Equivalente de dose no órgão, Equivalente de dose efetiva, Dose equivalente, Dose efetiva,* etc.

2.1.1.4 - Grandezas Operacionais

Levando em consideração as atividades de Radioproteção, pode-se definir grandezas radiológicas mais consistentes ou úteis na prática, por exemplo, de monitoração de área e monitoração individual. Isto porque as grandezas limitantes não são mensuráveis ou de fácil estimativa. São as chamadas grandezas operacionais. Desta maneira, aparecem grandezas muito específicas como: *Equivalente de dose ambiental* e *Equivalente de dose direcional*.

2.1.1.5 - ICRP e ICRU

Existem instituições internacionais somente para cuidar da definição das grandezas, relações entre elas e suas respectivas unidades.

A Internacional Commission on Radiological Protection, ICRP, fundada em 1928, que promove o desenvolvimento da radioproteção, faz recomendações voltadas para as grandezas limitantes.

A Internacional Commission on Radiation Units and Measurements, ICRU, fundada em 1925, cuida especialmente das grandezas básicas e das operacionais.

2.2 - Procedimento de Definição das Grandezas Radiológicas

2.2.1 - Exigências básicas para definição de uma grandeza

Desde que surgiram as primeiras preocupações com a possibilidade de radiações ionizantes induzirem detrimentos à saúde humana, apareceram os métodos de produção, caracterização e medição da radiação, bem como de definição de grandezas que expressassem com realismo a sua interação com o tecido humano.

Obviamente que o objetivo final era estabelecer a correlação dos valores de tais grandezas, entre si e com os riscos de detrimento.

Outra questão que interferiu bastante foi o fato dos detectores de radiação nem sempre expressarem seus valores dentro da definição das grandezas escolhidas.

Por exemplo, como se pode relacionar a densidade óptica de um filme dosimétrico com a grandeza dose absorvida de radiação ?

Como associar uma leitura obtida num ponto no ar por um detector à gás com o efeito biológico que seria produzido num órgão de uma pessoa, se ali estivesse presente?

Além destas questões surgiram aspectos técnicos associados às técnicas de medição e aos detectores utilizados.

É que para cada grandeza definida, é preciso definir padrões que servirão como valores de referência para as calibrações.

Dentre as diversas grandezas, algumas seriam mais bem utilizadas devido a existência de métodos alternativos, absolutos e relativos, de medição, sustentados por equipamentos de melhor desempenho metrológico.

2.2.2 - Concepções estabelecidas pela ICRP 26 e ICRP 60

As publicações da ICRP n° 26, de 1977, e n° 60 de 1990 foram duas grandes referências no tocante ao estabelecimento de grandezas radiológicas, suas relações e métodos de medição, dentro de uma concepção o mais coerente possível. Na ICRP 60 surgiram novas grandezas, algumas em substituição a grandezas definidas na ICRP 26, com um inconveniente de ter nomes muito parecidos. Alguns problemas relacionados a determinação de grandezas surgiram da introdução da ICRP 26, que serviu de base à norma CNEN NE-3.01 – "Diretrizes Básicas de Radioproteção".

A figura a seguir representa o procedimento de definição das grandezas radiológicas e sua conexão com o risco de detrimento associado, nas concepções da ICRP 26 e ICRP 60.

Q = fator de qualidade da radiação

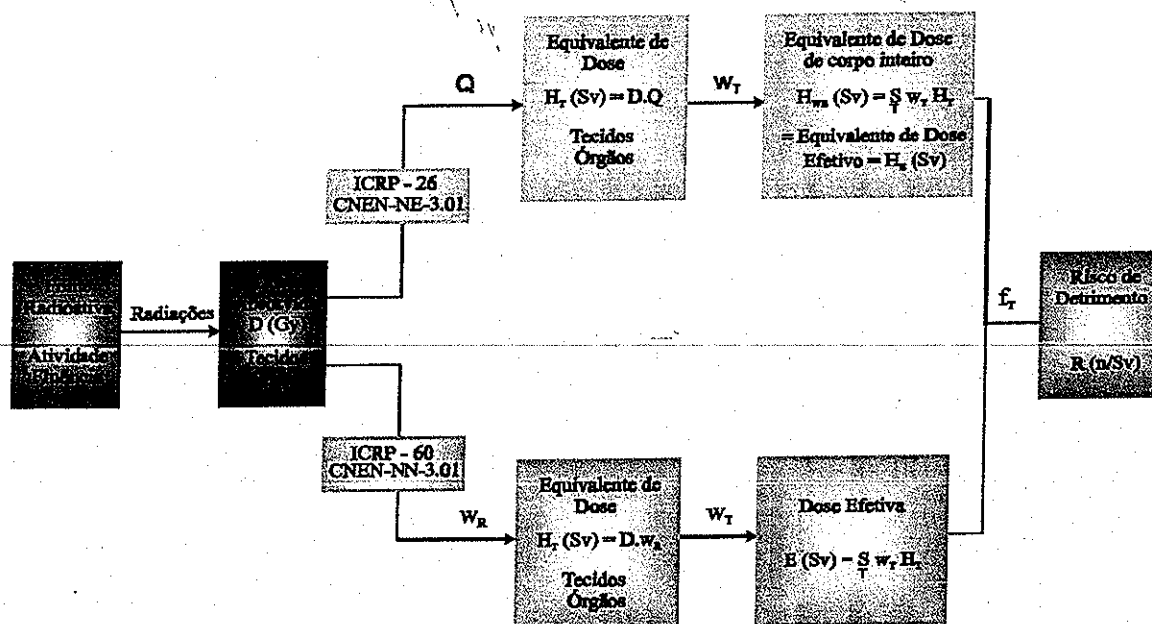
$\mathbf{W_R}$ = fator de peso da radiação

$\mathbf{W_T}$ = fator de peso do tecido ou órgão

$\mathbf{f_T}$ = coeficiente de risco de detrimento ou fatalidade

n = número de casos

Sv = sievert

Gy = gray

Representação esquemática do procedimento de definição das grandezas e as relações entre elas estabelecidas no ICRP 26 e ICRP 60

2.3 - Grandezas radiológicas

A seguir serão feitas referências a unidades de radioatividade que medem várias características das radiações ionizantes e das substâncias radioativas. Novos sistemas de unidades têm sido recentemente adotados, e as definições serão dadas nesses termos. Entretanto, as antigas unidades ainda permanecem, e se apresentará o relacionamento entre nova e antiga unidade.

2.3.1 - Atividade, A

Como foi visto, a atividade A de uma amostra radioativa num dado tempo, é a razão (quociente) da variação do número de desintegração nucleares espontâneas (dN) num intervalo de tempo dt. Assim:

$$\mathbf{A = \frac{dN}{dt} \quad (Bq = s^{-1})}$$

Até recentemente, a unidade padrão de radioatividade foi o Curie, cujo símbolo é Ci, que foi originalmente definido como a atividade de 1g (um grama) de rádio. Mais tarde, esta definição foi padronizada como **$3,7 \times 10^{10}$** desintegrações por segundo.(*)

$$\mathbf{1\ Ci = 3,7 \times 10^{10}\ s^{-1}\ (\text{exatamente})}\ ^{(**)}$$

Por exemplo, a atividade de 1g de rádio é $3,7 \times 10^{10}\ s^{-1}$, mas para se obter a atividade de $3,7 \times 10^{10}\ s^{-1}$ numa amostra de cobalto radioativo (Co^{60}), somente são necessários 3,04 mg de Co^{60}.

Visto de outra forma, num grama de Co^{60} existem 329 Ci de atividade. Assim, o Curie mede somente uma taxa de desintegração. Para se medir quantidade de atividades grandes ou pequenas, são utilizados múltiplos ou frações da unidade básica. Essas várias unidades, com uma idéia de uma região de uso, estão mostradas na tabela a seguir. Em 1977, a ICRP – 26 (***), definiu como unidade padrão de atividade o Becquerel (Bq), definido como 1 desintegração por segundo.

$$\mathbf{1\ Bq = 1 s^{-1}}$$

e então:

$$\mathbf{1\ Ci = 3,7 \times 10^{10}\ Bq}$$

A unidade especial de atividade, o Ci, pode ainda ser usada temporariamente.

Notas:

(*) É bom salientar que, uma desintegração por segundo não significa a emissão de uma radiação por segundo, pois numa desintegração nuclear, podem ser emitidas várias radiações de vários tipos e várias energias. O termo desintegrar, não significa, se destruir.

(**) Medidas cuidadosas mostraram que a razão de desintegração de 1g de rádio está próximo de $3,7 \times 10^{10}$ desintegrações por segundo.

(***) ICRP - Comissão Internacional de Proteção radiológica. A ICRP foi estabelecida pelo 2º Congresso Internacional de Radiologia, em 1928, e é reconhecida internacionalmente como órgão responsável pela recomendação de valores máximos permitidos para exposição à radiação ionizante.

Unidades para expressar a atividade numa amostra de material radioativo

Nome	Símbolo	Tamanho	Razão de desintegração	Aplicação
Curie	Ci	-	$3{,}7 \times 10^{10}\ s^{-1}$	- fonte para radiografia
mili-Curie	mCi	10^{-3} Ci	$3{,}7 \times 10^{7}\ s^{-1}$	- terapia com rádio e outros radioisótopos
micro-Curie	μCi	10^{-6} Ci	$37.000\ s^{-1}$	- pesquisa diagnóstico em medicina nuclear
pico-Curie	pCi	10^{-12} Ci	$2{,}2\ min^{-1}$	- quantidade frequente, medida em amostras de sangue
Kilo-Curie	kCi	10^{3} Ci	$3{,}7 \times 10^{13}\ s^{-1}$	- teleterapia de cobalto
Mega-Curie	MCi	10^{6} Ci	$3{,}7 \times 10^{16}\ s^{-1}$	- atividade produzida em reatores nucleares ou em bombas atômicas

2.3.2 - Exposição, X

A carga elétrica de mesmo sinal, gerada pela ionização pode ser contabilizada e relacionada, por exemplo, com a **massa do volume de material** onde ela se distribuiu. Esta relação é a base da definição da grandeza Exposição X , ou seja :

$$X = \frac{dQ}{dm} \quad (C \cdot kg^{-1})$$

Para radiações diferentes de X e γ, a densidade de ionização pode ser maior ou menor, considerando-se o dano causado na célula.

A exposição é então uma medida da quantidade de radiação absorvida pelo ar, definida a partir da ionização que os fótons (raios X ou γ) produzem no ar, e está diretamente relacionado ao fluxo de radiação incidente num dado corpo.

A unidade de exposição é Coloumb por Kilograma. Isto é, $C.Kg^{-1}$. A unidade especial de exposição é o Roentgen (R), que pode ser usada temporariamente, sendo equivalente a:

$$1R = 2{,}58 \times 10^{-4}\ C.Kg^{-1}$$

1R = 1,61 x 10^{12} pares de íons/g de ar

1R = 87,7 ergs absorvidos/g de ar

1R = 96 ergs absorvidos/g de tecido macio (músculo)

Observação - Em média são gastos **33,7 eV (5,4 x 10^{-11} erg)** de energia para a produção de **1 par de íons**.

2.3.3 - Dose Absorvida, D

O impacto inicial da necessidade de alargar conceitos e quantidades, foi sentido na área de proteção radiológica. O Roentgen foi inadequado não somente porque era limitado a raios X e γ, mas também porque não era uma medida de dose absorvida. Em 1953, a ICRP estabeleceu uma nova grandeza, a dose absorvida, que representou um passo real na direção de uma melhoria na terminologia dosimétrica.

A relação entre a energia absorvida e a massa do volume de material atingido é a base da definição da grandeza *Dose Absorvida*, logo, *dose absorvida,* D, é a grandeza dosimétrica fundamental expressa por **D = d/dm**, onde **d** é a energia média depositada pela radiação em um volume elementar de matéria de massa **dm**. A unidade no sistema internacional é o **joule por quilograma (J/kg)**, denominada **gray (Gy)**.

Assim :

$$D = \frac{d\epsilon}{dm} \quad (J\ .\ kg^{-1})$$

A unidade de dose absorvida é então **Joule por Kilograma ($J.Kg^{-1}$)**. O nome dessa unidade de dose absorvida é **gray (Gy)**, definido por :

$$1Gy = 1\ J\ .\ Kg^{-1}$$

A unidade especial de dose absorvida, o **rad**, pode ainda ser usada temporariamente, e é equivalente a:

$$1\ rad = 10^{-2}\ J\ .\ Kg^{-1}$$

Que se aplica a qualquer tipo de radiação, e a qualquer meio material. 1 rad é aproximadamente igual a dose absorvida pelo tecido vivo mole quando exposto a 1R de raios X de energia média (~ 250 KeV).

2.3.4 - Dose Equivalente, H_T

Grandeza expressa por $H_T=D_Tw_R$, onde D_T é a *dose absorvida* média no órgão ou tecido e w_R é o *fator de ponderação da radiação.*

A unidade no sistema internacional é o **joule por quilograma (J/kg)**, denominada **sievert (Sv)**.

$$H_T=D_Tw_R \quad (J\ .\ kg^{-1} = Sievert)$$

A unidade especial de equivalente de dose, o **rem**, pode ainda ser usada temporariamente, e é equivalente a:

$$1\ rem = 10^{-2}\ J.Kg^{-1}$$

O *fator de ponderação da radiação* w_R, é adimensional e constitui um fator de peso proveniente da simplificação dos valores de Eficiência Biológica Relativa (RBE) dos diferentes tipos de radiação, na indução de determinado tipo de efeito biológico.

Valores do Fator de Peso da radiação w_R para os diversos tipos de radiação CNEN-NN-3.01

Tipo e faixa de energia [b]	Fator de peso da radiação, w_R
Fótons, todas as energias	1
Elétrons e muons, todas as energias [c]	1
Nêutrons [d], energia: < 10 keV	5
10 keV a 100 keV	10
>100 keV a 2 MeV	20
> 2 MeV a 20 MeV	10
> 20 MeV	5
Prótons, exceto os de recuo, energia > 2 MeV	5
Partículas α, fragmentos de fissão, núcleos pesados	20

2.4 - Outras Grandezas Radiológicas

2.4.1 - Taxa de Exposição , $\dot{X}$

A taxa de exposição, $\dot{X}$, é o quociente de **dx** por **dt**, onde **dx** é o aumento na exposição no intervalo de tempo **dt** :

$$\dot{X} = \frac{dX}{dt}$$

A unidade $\dot{X}$ é então **C.Kg⁻¹ s⁻¹**. A unidade especial, **Roentgen (R)**, pode ser usada temporariamente:

$$1\ R\,.\,h^{-1} = 2{,}58 \times 10^{-4}\ C.Kg^{-1}\,.\,h^{-1}$$

2.4.2 - Taxa de Dose Absorvida

A taxa de dose absorvida, $\dot{D}$, é o quociente de **dD** por **dt**, onde **dD** é o aumento da dose absorvida no intervalo de tempo **dt**:

$$\dot{D} = \frac{dD}{dt}$$

A unidade de taxa de dose absorvida é $J.Kg^{-1}\ h^{-1}$. O nome especial, **Gray (Gy)**, pode ser substituído por **Joule por Kilograma**, e então:

$$1\ Gy.\,h^{-1} = 1\ J\,.\,Kg^{-1}.\,h^{-1}$$
$$1\ rad\,.\,h^{-1} = 10^{-2}\ J\,.\,Kg^{-1}.\,h^{-1}$$

2.4.3 - Dose Efetiva, E

Dose efetiva, E é a soma das doses equivalentes ponderadas nos diversos órgãos e tecidos, $\mathbf{E = \Sigma\, w_T . H_T}$, onde $\mathbf{H_T}$ é a dose equivalente no tecido ou órgão e $\mathbf{w_T}$ é o fator de ponderação de órgão ou tecido.

A unidade no sistema internacional é o **joule por quilograma (J/kg)**, denominada **sievert (Sv)**.

Os valores de $\mathbf{w_T}$ estão associados à radiosensibilidade do órgão e seus valores estão na tabela abaixo:

Valores do fator de peso w_T para tecido ou órgão definido na ICRP 60

Tecido ou Órgão	w_T
Gônadas	0,20
Medula óssea (vermelha)	0,12
Cólon [c]	0,12
Pulmão[d]	0,12
Estômago	0,12
Bexiga	0,05
Mama	0,05
Fígado	0,05
Esôfago	0,05
Tireóide	0,05
Pele	0,01
Superfície óssea	0,01
Restante [e]	0,05

Notas:
[a] Valores de w_T são aqueles da Publicação ICRP-60.
[b] Esses valores foram desenvolvidos para uma população de referência composta por número igual de indivíduos de ambos os sexos e abrange uma ampla faixa etárea. Na definição de dose efetiva esses fatores se aplicam a IOE e a indivíduos do público de qualquer sexo ou idade.
[c] Dose calculada como média ponderada por massa, para intestino grosso superior e inferior:
$H_{Cólon} = 0,57\ H_{IGS} + 0,43\ HI$
[d] Região torácica da área respiratória.
[e] Para fins de cálculo, o grupo de tecidos restantes é composto das glândulas supra-renais, cérebro, região extratorácica da área respiratória, intestino delgado, rim, músculo, pâncreas, baço, timo e útero.
Nos casos em que um dos tecidos remanescentes mais expostos receba uma dose equivalente mais alta dentre todos os órgãos, deve-se aplicar um fator de peso de 0,025 a esse tecido ou órgão e um fator de 0,025 ponderado por massa aos demais restantes.

2.4.4 - Kerma , K

O **kerma** *(Kinectic Energy Released per unit of Mass)* é definido pela relação,

$$K = \frac{dE_{tr}}{dm} \quad (J \cdot kg^{-1} = gray)$$

Onde:

dE_{tr} = soma de todas as energias cinéticas iniciais de todas as partículas carregadas liberadas por partículas neutras ou fótons incidentes

dm = massa de um material

Como o Kerma inclui a energia recebida pelas partículas carregadas, normalmente elétrons de ionização, estes podem dissipá-la nas colisões sucessivas com outros elétrons, ou na produção de radiação de freamento (bremsstrahlung) assim,

$$K = K_c + K_r$$

Onde :

K_c = *kerma de colisão*, quando a energia é dissipada localmente, por ionizações e/ou excitações;

K_r = *kerma de radiação*, quando a energia é dissipada longe do local, por meio dos raios X.

2.4.5 - Dose Absorvida Comprometida, D(τ)

Dose Absorvida Comprometida, **D(τ)** é a grandeza expressa por:

$$D(\tau) = \int_{t_0}^{t_0+\tau} \dot{D}(t)dt$$

Onde:

t_o = é o instante de incorporação

$\dot{D}(t)$ = taxa de dose absorvida

τ = tempo transcorrido desde a incorporação das substâncias radioativas

Quando não especificado de outra forma, tem o valor de 50 anos para adultos e até a idade de 70 anos para a incorporação por crianças.

Em outras palavras, é o valor da integral, da taxa de dose absorvida num particular tecido ou órgão, que será recebida por um indivíduo após a incorporação de material radioativo em seu corpo, no tempo, por um período τ após a incorporação.

2.4.6 - Dose Equivalente Comprometida, E(τ)

Dose equivalente comprometida **E(τ)** é a grandeza expressa por:

$$H_T(\tau) = \int_{t_0}^{t_0+\tau} \dot{H}_T(t)dt$$

Onde:

t_o é o instante em que ocorre a incorporação,

$\dot{H}_T$ (t) é a taxa de dose equivalente no órgão ou tecido no tempo t e

$t_o + \tau$ é o período de tempo transcorrido após a incorporação das substâncias radioativas.

Quando não especificado de outra forma, τ tem o valor de 50 anos para adultos e até a idade de 70 anos para a incorporação por crianças.

Em outras palavras, é o valor da integral, no tempo, da taxa de dose equivalente num particular tecido ou órgão, que será recebida por um indivíduo após a incorporação de material radioativo em seu corpo, por um período τ após a incorporação.

2.4.7 - Dose Coletiva

Dose coletiva é a expressão da dose efetiva total recebida por uma população ou um grupo de pessoas, definida como o produto do número de indivíduos expostos a uma fonte de radiação ionizante, pelo valor médio da distribuição de dose efetiva desses indivíduos.

A dose coletiva é expressa em **pessoa.sievert (pessoa.Sv)**.

2.4.8 - Fluência, Φ

A fluência Φ de partículas é o quociente ***dN/da***, onde ***dN*** é o número de partículas incidentes sobre a secção de área ***da (m^{-2})*** em uma esfera

$$\Phi = \frac{dN}{da} \quad (m^{-2})$$

O número de partículas **N** pode corresponder a partículas emitidas, transferidas ou recebidas. Esta grandeza é muito utilizada na medição de nêutrons.

A fluência, por exemplo de uma fonte de nêutrons, é medida de modo absoluto utilizando-se um sistema conhecido como *banho de sulfato de manganês.*

2.5 - Relação entre Grandezas Radiológicas

2.5.1 - Relação entre Taxa de Exposição e Atividade

A taxa de exposição pode ser associada à atividade de uma fonte radioativa, emissora de radiação gama, nas seguintes condições:

a) a fonte é suficientemente pequena (pontual), de modo que o fluxo varie com o inverso do quadrado da distância;

b) a atenuação na camada de ar intermediária entre a fonte e o ponto de medida seja desprezível ou corrigida pelo fator de atenuação;

c) somente fótons provenientes da fonte contribuem para o ponto de medida, ou seja, que não haja espalhamento nos materiais circunvizinhos.

Nestas condições a Taxa de Exposição é expressa por:

$$X = \frac{\Gamma . A}{d^2} \quad (R/h)$$

Onde:

Γ = Constante de taxa de exposição para um dado radionuclídeo, conhecido como "**gamão**", e expresso em unidade de **(R.m^2) / (Ci . h)**.

A = atividade da fonte gama, em unidade **Curie (Ci)**

d = distância fonte-ponto de medida, em metros **(m)**

Os valores da constante de taxa de exposição **(gamão)**, dependem de cada radionuclídeo gama emissor e são tabelados em unidades de **((R.m^2) / (h.Ci))**, como na tabela abaixo. É bom observar que existem pequenas variações nos valores de tabela para tabela, por motivos de atualização de técnicas de medida ou simplesmente operacionais. As unidades utilizadas podem ser transformadas nas unidades de S.I, utilizando as relações já conhecidas, caso seja necessário.

Tabela - Valores da Constante de Taxa de Exposição (Γ) em unidades de (R.m^2) / (Ci.h)

Elemento	Γ (Gamão)	Elemento	Γ (Gamão)
Sb-124	0,98	Na-22	1,20
Cs-137	**0,33**	Na-24	1,84
Co-57	0,09	Ra-226	0,825
Co-60	**1,32**	**Ir-192**	**0,50**
I-125	0,07	Au-198	0,232
I-137	0,22	Tc-99	0,07

2.5.2 - Relação entre Exposição e Dose Absorvida no ar

Como são gastos 33,7 eV (elétron-Volt) de energia para a produção de um par de íons no ar, logo:

33,7 eV/par íon = 33,7 J/C

Considerando-se que:

$$1R = 2{,}58 \times 10^{-4}\ C/Kg$$

Concluimos que:

$$1R = 2{,}58 \times 10^{-4}\ C/Kg \ \times \ 33{,}7\ J/C$$
$$1R = 0{,}869 \ \times \ 10^{-4}\ J/Kg$$

logo:

$$1R = 0{,}869 \text{ rad}$$

OBS.: Como a relação entre a Exposição e a Dose Absorvida no ar é muito próxima a 1, consideramos:

$$X = D \quad \text{logo: } 1\,R = 1 \text{ rad}$$

2.5.3 - Relação entre Taxa de Exposição e Dose Equivalente

Vimos anteriormente que a dose equivalente $H_T = D_T w_R$, onde D_T é a *dose absorvida* média no orgão ou tecido e w_R é o *fator de ponderação da radiação.*

Considerando-se que *fator de ponderação da radiação* w_R para a radiação gama é 1,concluimos:

$$H = D = X$$

Assim sendo, levando-se em consideração o tempo de ocupação para o cálculo da Dose Equivalente, teremos:

$$H = \dot{X} \cdot t$$

Como: $$\dot{X} = \frac{\Gamma \cdot A}{d^2} \quad (R/h)$$

Teremos: $$H = \frac{\Gamma \cdot A}{d^2} \cdot t \quad (rem)$$

Onde :

H = Dose equivalente (rem)

Γ = Constante de taxa de exposição para um dado radionuclídeo, conhecido como "**gamão**", e expresso em unidade de **$(R.m^2)$ / (h.Ci)**

A = atividade da fonte gama, em unidade **Currie (Ci)** .

d = distância fonte – ponto de medida, em **metros (m)**

t = tempo de exposição, em **horas (h)**

2.5.4 - Relação entre Kerma e Dose Absorvida

A diferença entre Kerma e dose absorvida, é que esta depende da energia média absorvida na região de interação (local) e o kerma, depende da energia total transferida ao material. Isto significa que, do valor transferido, uma parte é dissipada por radiação de frenamento, outra sob forma de luz ou raios X característicos, quando da excitação e desexcitação dos átomos que interagiram com os elétrons de ionização. Para se estabelecer uma relação entre kerma e dose absorvida é preciso que haja equilíbrio de partículas carregadas ou equilíbrio eletrônico. Este ocorre quando:

a) a composição atômica do meio é homogênea;

b) a densidade do meio é homogênea;

c) existe um campo uniforme de radiação indiretamente ionizante;

d) não existem campos elétricos ou magnéticos não homogêneos.

Nestas condições, o kerma de colisão K_c , é igual à dose absorvida **D**, ou seja:

$$D = K_c$$

2.6 - Requisitos Básicos de Proteção Radiológica

2.6.1 - Justificação

a) Nenhuma prática ou fonte associada a essa prática será aceita pela CNEN, a não ser que a prática produza benefícios, para os indivíduos expostos ou para a sociedade, suficientes para compensar o detrimento correspondente, tendo-se em conta fatores sociais e econômicos, assim como outros fatores pertinentes;

b) As exposições médicas de pacientes devem ser justificadas, ponderando-se os benefícios diagnósticos ou terapêuticos que elas venham a produzir em relação ao detrimento correspondente, levando-se em conta os riscos e benefícios de técnicas alternativas disponíveis, que não envolvam exposição;

c) Com exceção das práticas com exposições médicas justificadas, as seguintes práticas não são justificadas, sempre que, por adição deliberada de substâncias radioativas ou por ativação, resultem em aumento de atividade nas mercadorias ou produtos associados:

- as práticas que envolvam alimentos, bebidas, cosméticos ou quaisquer outras mercadorias ou produtos destinados a ingestão, inalação, incorporação percutânea ou aplicação no ser humano;
- as práticas que envolvam o uso frívolo de radiação ou substâncias radioativas em mercadorias ou produtos, estando incluídos, desde já, brinquedos e objetos de joalheria ou de adorno pessoal;
- exposições de pessoas para fins de demonstração ou treinamento.

2.6.2 - Otimização

Com exceção de práticas terapêuticas em medicina, quaisquer outras exposições à radiação devem ser otimizadas, ou seja, devem ser tão baixas, quanto razoavelmente exeqüível (*As Low As Reasonably Achievable* - **ALARA**), levando-se em consideração fatores sociais e econômicos.

Assim, a magnitude de doses individuais; a probabilidade de provocar exposições e o número de pessoas expostas; devem ser minimizados.

O processo de otimização da proteção e segurança pode ser baseado em análises quantitativas, empregando técnicas de ajuda para tomada de decisão, ou até mesmo em análises qualitativas, desde que nessas análises sejam levados em consideração, com coerência, todos os fatores relevantes, de modo a contribuir para que os seguintes objetivos sejam alcançados:

a) determinação das medidas otimizadas de proteção e segurança para a circunstância em análise, levando em conta as opções de proteção e segurança disponíveis bem como a natureza, intensidade e probabilidade das exposições;

b) estabelecimento de critérios, com base nos resultados da análise de otimização, para a restrição dos valores, bem como probabilidades de exposições, por meio de medidas para prevenir acidentes e mitigar suas conseqüências.

Para demonstrar que um sistema de radioproteção está otimizado, devem ser detalhadas as opções tecnicamente disponíveis e determinados os respectivos custos, incluindo os custos de instalação e de operação durante a vida útil do sistema.

A opção ótima será aquela que minimizar a seguinte expressão:

$$X + \alpha S$$

Onde:

X - custo da radioproteção, em moeda nacional vigente;

S - compromisso de Dose Equivalente Efetiva Coletiva, em pessoa-sievert;

α - coeficiente monetário, em moeda corrente por pessoa-sievert, sendo adotado no Brasil. o valor equivalente a **US$ 10.000/pessoa-sievert**.

A menos que a CNEN solicite especificamente, a demonstração de otimização de um sistema de proteção radiológica é dispensável quando o projeto do sistema assegura que, em condições normais de operação, se cumpram as 3 (três) seguintes condições:

a) a dose efetiva anual média para qualquer IOE não excede 1 mSv (100mrem);

b) a dose efetiva anual média para indivíduos do grupo crítico não ultrapassa 10 μSv (1mrem);

c) a dose efetiva coletiva anual não supera o valor de 1 pessoa.Sv (100 pessoa-rem).

2.6.3 - Limitação de dose individual

A exposição normal dos indivíduos deve ser restringida de tal modo que nem a dose efetiva nem a dose equivalente nos órgãos ou tecidos de interesse, causadas pela possível combinação de exposições originadas por práticas autorizadas, excedam o limite de dose especificado na tabela a seguir, salvo em circunstâncias especiais, autorizadas pela CNEN. Esses limites de dose não se aplicam às exposições médicas.

Limites de *Dose* Anuais [a]			
Grandeza	Órgão	*Indivíduo ocupacionalmente exposto*	*Indivíduo do público*
Dose efetiva	Corpo inteiro	20 mSv [b]	1 mSv [c]
Dose equivalente	Cristalino	150 mSv	15 mSv
	Pele [d]	500 mSv	50 mSv
	Mãos e pés	500 mSv	---

a] Para fins de controle administrativo efetuado pela CNEN, o termo dose anual deve ser considerado como dose no ano calendário, isto é, no período decorrente de janeiro a dezembro de cada ano.

[b] Média ponderada em 5 anos consecutivos, desde que não exceda 50 mSv em qualquer ano.

[c] Em circunstâncias especiais, a CNEN poderá autorizar um valor de dose efetiva de até 5 mSv em um ano, desde que a dose efetiva média em um período de 5 anos consecutivos, não exceda a 1 mSv por ano.

[d] Valor médio em 1 cm 2 de área, na região mais irradiada.

Os valores de dose efetiva se aplicam à soma das doses efetivas , causadas por exposições externas, com as doses efetivas comprometida s (integradas em 50 anos para adultos e até a idade de 70 anos para crianças), causadas por incorporações ocorridas no mesmo ano.

2.6.4 - Restrição de dose

Valor inferior ao limite de dose estabelecido pela CNEN como uma restrição prospectiva nas doses individuais relacionadas a uma determinada fonte de radiação ionizante , utilizado como limite superior no processo de otimização relativo a essa fonte.

Com a finalidade de garantir um nível adequado de proteção individual para cada IOE, deve ser estabelecido, como condição limitante do processo de otimização da proteção radiológica, um valor de restrição de dose efetiva levando em consideração as incertezas a ela associadas relativo a qualquer fonte ou instalação sob o controle da CNEN.

2.7 - Fatores de Proteção

As radiações externas podem ser controladas operando-se com três parâmetros: ***tempo, distância e blindagem***.

2.7.1 - Tempo

A ***dose acumulada por uma pessoa*** que trabalha numa área exposta a uma certa taxa de dose é ***diretamente proporcional ao tempo*** em que ela permanece na área.

Essa dose pode ser controlada pela limitação desse tempo:

Dose = Taxa Exposição x Tempo

Como o ***tempo de permanência*** em áreas de trabalho ***nos quais existem materiais radioativos ou fontes de radiação, conforme o tipo de tarefa a ser realizada***, devem ser empregadas formas de redução na dose do IOE.

Os recursos mais utilizados são: o aumento da distância ou a introdução de material de blindagem entre o homem e a fonte de radiação.

Deve-se sempre ter em mente que: ***quanto menor for o tempo de exposição, menores serão os efeitos causados pela radiação.***

Porém, o recurso mais eficaz de redução do tempo de execução de uma tarefa é o treinamento do operador, a otimização de sua habilidade.

2.7.2 - Distância

Para uma fonte puntiforme de radiação, emitindo em todas as direções, ***o fluxo,*** que é proporcional à taxa de exposição numa determinada ***distância (d) da fonte, é inversamente proporcional ao quadrado dessa distância.*** Cabe lembrar que essa relação somente é verdadeira para uma fonte puntiforme e absorção desprezível entre a fonte e o detector. A lei do inverso do quadrado é dada por:

$$\frac{\dot{X}_1}{\dot{X}_2} = \frac{(d_2)^2}{(d_1)^2}$$

Onde:

$\dot{X}_1$ é a Taxa de Exposição na distância d_1 da fonte

$\dot{X}_2$ é a Taxa de Exposição na distância d_2 da fonte.

2.7.3 - Blindagem

As pessoas que trabalham com fontes ou geradores de radiação ionizante, devem dispor de procedimentos técnicos bem elaborados de modo que o objetivo da tarefa seja concretizado e sua segurança esteja garantida contra exposições desnecessárias ou acidentais.

Nesses procedimentos, os fatores ***tempo*** e ***distância*** em relação às fontes radioativas estão implícitos na habilidade e destreza de um técnico bem treinado para a tarefa.

Por não apresentar hesitações durante sua execução, sua duração é mínima; por dominar todos os elementos do processo, não comete enganos, se posiciona no lugar adequado e com a postura correta.

Entretanto, em certas situações, principalmente quando se opera com fontes intensas ou níveis elevados de radiação, além de colimadores, aventais, labirintos e outros artefatos, é necessário introduzir um outro fator de segurança: a ***blindagem.***

A escolha do material de blindagem depende do tipo de radiação, atividade da fonte e da taxa de dose que é aceitável fora do material de blindagem.

2.8 - Blindagem para diferentes tipos de Radiação

As pessoas que trabalham com fontes ou geradores de radiação ionizante devem dispor de um procedimento técnico de operação bem elaborado, de tal modo que o objetivo da tarefa seja concretizado e a sua segurança esteja sempre garantida contra exposições desnecessárias ou acidentais. Nestes procedimentos, os fatores, *tempo de exposição e distância* em relação as fontes radioativas são fundamentais para a segurança. Entretanto, em certas situações, principalmente quando os níveis de radiação são mais elevados, é necessário introduzir um outro fator de segurança: a *blindagem*. A blindagem deve ser feita de acordo com o tipo, energia, intensidade da fonte radioativa e tipo de tarefa a ser desempenhada.

Costuma-se associar, mesmo que intuitivamente, blindagem, a interposição de blocos ou anteparos de chumbo entre a fonte e o operador. Isto é válido somente para as radiações X e gama.

Para nêutrons e partículas carregadas a interposição de blocos ou anteparos de chumbo é ineficiente e até prejudicial.

2.8.1 - Blindagem para partículas carregadas

As partículas carregadas dissipam a sua energia cinética nas colisões sucessivas com os elétrons e núcleos do material de blindagem, até que sua velocidade entre em equilíbrio com a das demais partículas do meio.

O espaço percorrido desde a sua entrada no material até a sua parada é denominado de ***alcance da partícula***, que pode ser percorrido mediante uma trajetória retilínea ou bastante tortuosa.

Se a partícula tem massa elevada, sua trajetória é retilínea; se pequena, como a dos elétrons, sua trajetória é bem irregular, principalmente perto do ponto de parada.

Assim, a espessura de blindagem é obtida usando-se tabelas de alcance das partículas em função da energia e do material.

Estas tabelas podem ser obtidas por fórmulas semi-empíricas, como descritas anteriormente, ou por gráficos obtidos experimentalmente, também mostrados anteriormente.

2.8.2 - Blindagem para Radiação X e γ

A atenuação das radiações X e gama por materiais, permite construir blindagens, quando necessárias, utilizando para isso a lei de atenuação exponencial:

$$I = I_o \cdot e^{-\mu x}$$

2.8.2.1 - Camada Semi-redutora

O coeficiente de atenuação total depende do material atenuador e do feixe incidente. Assim, no caso de uma fonte que emite raios X ou raios gama de várias energias, para se calcular a espessura da blindagem ter-se-ia que usar vários valores correspondentes às diversas energias e as diversas taxas de emissão de cada radiação, o que seria muito tedioso. Como a intensidade de um feixe de fótons, pelo seu modo de interação, não pode ser totalmente atenuada pela blindagem, utiliza-se um parâmetro experimental, denominado de ***Camada Semiredutora*** (HVL = Half Value Layer ou $d_{1/2}$), definido como sendo a espessura de material que atenua à metade a intensidade do feixe de fótons. A relação entre μ e HVL é dada por:

$$\mu = \frac{0{,}693}{HVL}$$

Assim, a lei de atenuação exponencial pode ser escrita como :

$$I = I_0 \cdot e^{\frac{-0{,}693\,x}{HVL}}$$

2.8.2.2 – Camada Deci-redutora

Além do HVL, um parâmetro muito prático para o cálculo da espessura de blindagem é a ***Camada Deci-redutora*** (TVL = Tenh Value Layer), definido como sendo a espessura de material que atenua de um fator 10 a intensidade do feixe dos fótons.

A tabela a seguir apresenta valores de HVL e TVL para diversos materiais e diversos radiosótopos.

2.8.2.3 - Fator de Redução ou atenuação

Um parâmetro também bastante utilizado na estimativa da espessura de blindagem é o ***Fator de Redução (FR)*** ou ***Fator de Atenuação (FA),*** definido pela relação:

$$FR = \frac{I_o}{I} = 10^n = 2^m$$

Onde:

I_o = Intensidade do feixe inicial

I = Intensidade do feixe atenuado

n = número de camadas deci-redutoras

m = número de camadas semi-redutoras

Conhecendo-se um fator de redução FR, a espessura de blindagem é facilmente obtida por:

$$n = \log_{10}(FR) \Rightarrow x = n \cdot TVL$$

$$m = \log_{10}(FR) / \log_{10}(2) \Rightarrow x = m \cdot HVL$$

Onde: **x** é a espessura do material de blindagem.

Tabela - Valores das Camadas Semi-redutoras e Deci-redutoras para Raios X e diversos radionuclídeos , para vários materiais de blindagem

Kilovolt Pico	Material atenuador					
	Chumbo (cm)		Concreto (cm)		Ferro (cm)	
	HVL	TVL	HVL	TVL	HVL	TVL
50	0,006	0,017	0,43	1,5		
70	0,017	0,052	0,84	2,8		
100	0,027	0,088	1,6	5,3		
125	0,028	0,093	2,0	6,6		
150	0,030	0,099	2,24	7,4		
200	0,052	0,17	2,5	8,4		
250	0,088	0,29	2,8	9,4		
300	0,147	0,48	3,1	10,4		
400	0,25	0,83	3,3	10,9		
500	0,36	1,19	3,6	11,7		
1.000	0,79	2,6	4,4	14,7		
2.000	1,25	4,2	6,4	21,0		
3.000	1,45	4,85	7,4	24,5		
4.000	1,6	5,3	8,8	29,2	2,7	9,1
6.000	1,69	5,6	10,4	34,5	3,0	9,9
8.000	1,69	5,6	11,4	37,8	3,1	10,3
10.000	1,66	5,5	11,9	39,6	3,2	10,5
^{198}Au	0,33	1,1	4,1	13,5		
^{60}Co	1,2	4,0	6,2	20,6	2,1	6,9
^{137}Cs	0,65	2,16	4,8	15,7	1,6	5,3
^{192}Ir	0,6	2,0	4,3	14,7		
^{226}Ra	1,66	5,5	6,9	23,4	2,2	7,4

2.8.2.4 - Fator de Crescimento (Build up)

A partir da atenuação exponencial da radiação eletromagnética por um material, pode-se supor que os fótons espalhados pelas interações são completamente removidos do feixe transmitido, na direção de incidência.

No entanto isso só ocorre no caso de feixe colimado e com espessura fina de material absorvedor, requisitos de uma *boa geometria*.

Em geral, uma grande parcela dos fótons espalhados reincide na direção do detector e contribui para o feixe transmitido, alterando o comportamento exponencial da atenuação do feixe.

Essa pequena contribuição aditiva representa efetivamente um *crescimento* da intensidade do feixe em relação ao valor esperado.

A diferença pode ser corrigida por um fator denominado, *fator de crescimento* (*fator de build up*), que depende da energia da radiação, do material de blindagem e da sua espessura. A lei de atenuação pode ser escrita como

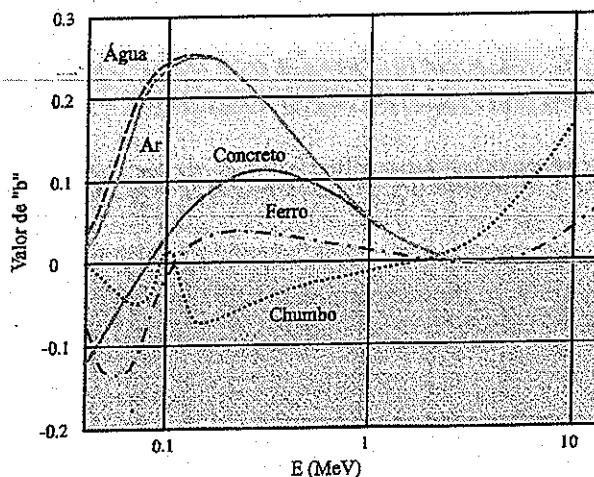
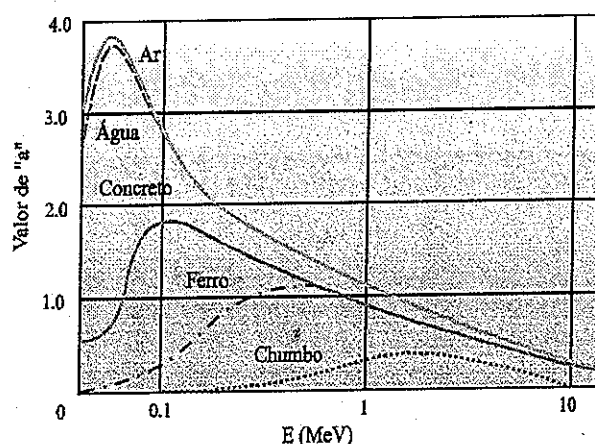
$$I = I_0 . e^{-\frac{0,693}{HVL}x} . B(\mu\ x)$$

Onde:

o fator ***B(μx)*** depende de ***μ*** e da espessura ***x***, podendo ser estimado, com boa aproximação por fórmulas semi-empíricas, como a de Berger:

$$B(\mu x) = 1 + a \cdot \mu \cdot x \cdot e^{b \mu x}$$

Onde:

os parâmetros a e b são obtidos em gráficos, em função da energia e do tipo de material, conforme as figuras abaixo:

2.8.3 - Blindagem para Nêutrons

A probabilidade de interação de nêutrons com o núcleo de um átomo é representada pela chamada seção de choque σ (seção de choque microscópica) que está relacionada à área projetada do núcleo de um átomo (cm^2). O fato dessa área, ser muito pequena, fez com que fosse definida uma nova unidade, chamada **barn**, igual a **10^{-24} cm^2**.

Os principais mecanismos de interação do nêutron com a matéria são:

a) σse - Espalhamento Elástico (n,n)

Ocorre quando, a energia cinética e a quantidade de movimento da partícula incidente, e das emergentes, é conservada. Em alguns casos, o nêutron pode ser temporariamente absorvido pelo núcleo e depois expelido. Esta interação é chamada espalhamento ressonante e é responsável pelo pico existente na seção de choque de espalhamento elástico.

b) σsi - Espalhamento Inelástico (n,n'), (n,n',γ), (n,2n)

Ocorre principalmente com nêutrons rápidos, quando o núcleo é elevado para um nível excitado e este excesso de energia pode ser removido por meio de uma emissão gama ou, ainda, o núcleo pode permanecer durante um certo tempo nesse estado, chamado isomérico.

Como os elementos leves possuem níveis de energia de excitação da ordem de MeV, ou mais elevados, o processo de termalizacão de nêutrons é função, principalmente, do choque elástico. No caso de elementos pesados, os níveis de excitação do núcleo são da ordem de 0,1 MeV e o choque inelástico passa a ser o dominante nesse processo.

c) σac - Captura Radioativa (N,γ)

Esta é a reação mais comum envolvendo nêutrons térmicos e ocorre quando o núcleo absorve um nêutron e o novo isótopo formado decai para o nível fundamental ou nível zero (não excitado) emitindo um raio gama.

Ocorre, também, com nêutrons epitérmicos, sendo, neste caso, chamada captura ressonante.

c) σap - Captura com emissão de Partícula

A captura de um nêutron pelo núcleo dá origem a um núcleo composto que, por sua vez, decai emitindo uma partícula carregada. A reação com o boro é bastante utilizada nos detectores do Tipo BF3 para detecção de nêutrons térmicos, uma vez que cada partícula alfa emitida corresponde a um nêutron absorvido.

d) σf - Fissão

O núcleo de um elemento pesado, ao absorver um nêutron, se divide em dois ou mais fragmentos de fissão, emitindo cerca de 2,5 nêutrons por desintegração.

Ocorre, por exemplo, com nêutrons térmicos em átomos de U-235 e U-233, bem como com nêutrons rápidos em átomos de Th-232 e U-238.

Nêutrons rápidos são atenuados de forma aproximadamente exponencial, onde o coeficiente de atenuação é denominado ***Seção de choque Macroscópica,*** que pode ser avaliado pelo ***Comprimento de Relaxação:***

$$\Phi (x) = \Phi (0) \cdot e^{-\Sigma x} = \Phi (0) \cdot e^{-x/\lambda}$$

Onde:

x é a espessura de material atenuador

Φ é o fluxo ou intensidade do feixe de nêutrons

Σ é a seção de choque macroscópica (cm^{-1})

λ é o comprimento de relaxação.

Na tabela a seguir, são dados valores de comprimento de relaxação para nêutrons rápidos para alguns materiais moderadores e atenuadores.

Comprimento de relaxação aproximado de alguns materiais, para nêutrons rápidos

Material	Densidade ($g \cdot cm^{-3}$)	Comprimento de Relaxação (cm)
Água	1,00	10
Grafite	1,62	9
Berílio	1,85	9
Óxido de berílio	2,30	9
Concreto	2,30	12
Alumínio	2,70	10
Concreto baritado	3,50	9,5
Concreto com ferro	4,30	6,3
Ferro	7,80	6
Chumbo	11,3	9

Os materiais utilizados para blindagem de nêutrons normalmente são de baixo número atômico Z, para evitar o espalhamento elástico que, ao invés de atenuar, espalharia nêutrons em todas as direções. Os materiais de alto Z utilizados, são aqueles que absorvem nêutrons nas reações, como o cádmio e o índio. Os materiais mais utilizados são a água, a parafina borada, o grafite e o concreto.

O projeto de blindagem para nêutrons numa instalação, envolve um aparato matemático muito complexo e normalmente, a equação de difusão ou transporte, são solucionadas numericamente por meio de códigos de computação. Nesses códigos são levados em conta todos os tipos de reações nucleares, em todas as faixas de energia, inclusive nas regiões de ressonância, onde o valor da seção de choque varia abruptamente, inclusive em várias ordens de grandeza.

2.8.4 - Materiais para Blindagem

Muitos materiais podem ser usados para blindagens de radiação, se empregados em uma espessura suficiente para atenuar a radiação a níveis aceitáveis.

Entretanto, os dois materiais mais usados para blindagem são chumbo e concreto, embora outros possam se mostrar mais vantajosos em determinadas situações.

Na seleção de um material de blindagem, devem ser levados em consideração os seguintes fatores:

a) Espessura requerida e peso do material;

b) Possibilidade de múltiplo uso (isto é, uso de material que serve tanto para os propósitos de blindagem como estrutural);

c) Uniformidade da blindagem;

d) Permanência na blindagem;

e) Transparência óptica (quando requerida);

f) Necessidade de controle de qualidade;

g) Custo de material, incluindo instalação e manutenção;

h) Aparência.

2.9 - Segurança Radiológica

2.9.1 - Segurança das fontes (Proteção Física)

As fontes devem ser mantidas seguras de modo a prevenir roubo ou dano e prevenir que pessoas não autorizadas executem quaisquer práticas, assegurando que:

a) o controle de uma fonte não seja abandonado se não estiver de acordo com todos os requisitos relevantes especificados no registro ou licença e sem comunicação imediata à Autoridade Regulatória;

b) uma fonte não seja transferida a menos que o receptor possua uma autorização válida;

c) um inventário periódico de fontes móveis seja conduzido em intervalos apropriados para confirmar se elas estão nos locais determinados e são seguras.

2.9.2 - Cultura de Segurança

Uma cultura de segurança deve ser criada e mantida para encorajar uma atitude de questionamento e aprendizado para proteção e segurança e para desencorajar a condescendência, assegurando que:

a) programas e procedimentos que identifiquem a proteção e segurança sejam estabelecidos como sendo de prioridade maior;

b) problemas afetando proteção e segurança sejam prontamente identificados e corrigidos de uma maneira proporcional a sua importância;

c) as responsabilidades de cada indivíduo, incluindo aquelas nos níveis de gerenciamento sênior, para proteção e segurança sejam claramente identificadas e cada indivíduo seja adequadamente treinado e qualificado;

d) linhas claras de autoridade para decisões em proteção e segurança sejam definidas;

e) arranjos organizacionais e linhas de comunicação sejam efetuados, resultando num fluxo apropriado de informações referentes à proteção e segurança, em e entre, os vários níveis de organização do registro ou licença.

2.9.3 - Defesa em Profundidade

Um sistema de proteção com múltiplas barreiras (defesa em profundidade), proteção proporcional à magnitude e probabilidade de exposições potenciais envolvidas, deve ser aplicado as fontes, de modo que uma falha em um nível, seja compensada ou corrigida por barreiras subsequentes, para os propósitos de:

a) prevenir acidentes com exposição;

b) mitigar as consequências de tais acidentes, se ocorrerem;

c) restabelecer as fontes a condições seguras depois de tais acidentes.

2.9.4 - Boas práticas de engenharia

A localização, planejamento, construção, montagem, ativação, operação, manutenção e desativação de fontes devem ser baseadas numa engenharia eficaz que deve:

a) levar em conta as normas aprovadas;

b) estar apoiado por gestão e organização confiáveis, visando assegurar proteção e segurança por toda a existência das fontes;

c) incluir margens de segurança para o planejamento, construção e operação das fontes, assegurando um desempenho seguro, durante a operação normal, levando em conta a qualidade, redundância e inspecionabilidade, com ênfase na prevenção de acidentes, mitigando suas consequências e restringindo exposições futuras;

d) levar em conta todos os desenvolvimentos técnicos, resultados de pesquisas em proteção ou segurança e lições adquiridas das experiências.

2.10 - Classificação de áreas

O sistema de classificação de áreas é proposto para auxiliar o controle das exposições ocupacionais e considera a designação dos locais de trabalho em dois tipos de áreas: áreas controladas e áreas supervisionadas.

A definição dessas áreas deve levar em conta o discernimento e a experiência operacional.

Em locais onde a possibilidade de contaminação por materiais radioativos é remota, as áreas podem ser, algumas vezes, definidas em termos da taxa de dose em seus contornos.

O uso de fontes móveis demanda alguma flexibilidade na definição dessas áreas.

As áreas devem ser classificadas sempre que houver previsão de exposição ocupacional e definidas claramente no Plano de Proteção Radiológica (PPR).

Essa classificação deve ser revista, sempre que necessário, em função do modo de operação ou de qualquer modificação que possa alterar as condições de exposição normal ou potencial.

Fora das áreas designadas como controladas ou supervisionadas, a taxa de dose e o risco de contaminação por materiais radioativos devem ser baixos o suficiente para assegurar que, em condições normais, o nível de proteção para aqueles que trabalham no local seja comparável com o nível de proteção requerido para exposições do público. Tais áreas são denominadas áreas livres, do ponto de vista de proteção radiológica ocupacional.

2.10.1 - Áreas Controladas

Deve ser classificada como área controlada qualquer área na qual medidas específicas de proteção radiológica são ou podem ser necessárias para:

a) controlar as exposições de rotina e evitar a disseminação da contaminação durante as condições normais de operação;

b) evitar ou limitar a extensão das exposições potenciais.

Na determinação da delimitação física de qualquer área controlada, devem ser consideradas a magnitude das exposições normais esperadas, a probabilidade e magnitude das exposições potenciais e o tipo e extensão dos requisitos de proteção e segurança necessários.

Valores de taxa de dose baseados numa fração do limite de dose, podem ser definidos em 3/10 do limite de dose, desde que, se faça uma avaliação cuidadosa levando em consideração tanto o período de tempo em que a taxa de dose é igual ou superior ao valor prescrito, como o risco de exposições potenciais.

O trabalho com fontes radioativas não seladas está sempre associado à possibilidade de incorporação de radionuclídeos, sendo, portanto, necessária a avaliação específica da necessidade de delimitação de áreas controladas, levando em conta as características radiológicas dessas fontes.

Em relação às áreas designadas como controladas, os titulares devem:

a) sinalizar a área com o símbolo internacional de radiação ionizante, bem como afixar instruções pertinentes nos pontos de acesso e em outros locais apropriados no interior dessas áreas;

b) implementar as medidas de proteção ocupacional estabelecidas no Plano de Proteção Radiológica e incluindo regras internas e procedimentos apropriados a essas áreas;

c) restringir o acesso por meio de procedimentos administrativos e por meio de barreiras físicas. O grau de restrição de acesso deve ser adequado à magnitude e a probabilidade de ocorrência das exposições esperadas;

d) manter disponível nas entradas dessas áreas, conforme apropriado, equipamento e vestimenta de proteção e instrumento de monitoração;

e) manter disponível nas saídas dessas áreas, quando apropriado:

- instrumentação para monitoração de contaminação de pele e de vestimenta;
- instrumentação para monitoração da contaminação de qualquer objeto ou substância sendo retirada da área;
- meios para descontaminação, como chuveiro ou pia; e
- local adequado para coleta de equipamentos e vestimentas de proteção contaminadas.

No estabelecimento das áreas controladas, o titular pode utilizar as barreiras físicas existentes, tais como, paredes de salas ou prédios. Isso pode acarretar áreas maiores do que as estritamente necessárias com base apenas nas considerações de proteção radiológica.

2.10.2 - Áreas Supervisionadas

Deve ser classificada como área supervisionada qualquer área sob vigilância não classificada como controlada, mas onde as condições de exposição ocupacional necessitam ser mantidas sob supervisão.

Em relação às áreas supervisionadas, os titulares devem:

a) delimitar as áreas por meios apropriados;

b) colocar sinalização nos pontos de acesso;

c) rever periodicamente as condições para determinar qualquer necessidade de adoção de medidas de proteção e segurança ou de mudanças nas delimitações físicas dessas áreas.

2.11 - Resposta a Emergências Radiológicas

2.11.1 - Fases de um acidente

Em qualquer tipo de acidente, salvar vidas, combater o fogo, isolar a área e notificar às Autoridades Competentes são ações prioritárias a serem tomadas prontamente.

De uma maneira geral, as seguintes medidas devem ser tomadas nas fases inicial, intermediária e final de um acidente radiológico, conforme aplicável:

2.11.1.1- Fase Inicial

A fase inicial de uma atuação em acidentes compreende ações de primeiros socorros e uma avaliação inicial da gravidade do evento, incluindo as características de cada fonte radioativa envolvida, de modo a orientar as medidas a serem tomadas para recuperar o controle da situação, a saber:

- resgate e socorro médico às vítimas;
- controle de fogo e das águas utilizadas no combate ao incêndio;
- estabelecer canal de comunicação entre o local do acidente e as Autoridades Competentes;
- monitoração dos níveis de irradiação e contaminação;
- isolamento das áreas afetadas;
- avaliação preliminar do evento.

2.11.1.2 - Fase Intermediária ou de Controle

A fase de controle é iniciada a partir do momento em que se possuem dados sobre cada radionuclídeo envolvido no evento e sobre o levantamento radiométrico realizado no local, permitindo, assim, a tomada de decisões para controlar a situação de emergência radiológica, destacando-se:

- controle de acesso ao local;
- emprego de equipamentos de proteção individual e estabelecimento de procedimentos de segurança para o pessoal envolvido nos trabalhos de resgate e descontaminação;
- abrigagem e evacuação;
- descontaminação de pessoal;
- descontaminação inicial de áreas;
- controle de alimentos e água.

2.11.1.3 - Fase Final ou Fase de Recuperação

Após a fonte radioativa estar sob controle e após a implantação das medidas de proteção dos IOE, público em geral e meio ambiente, a Autoridade Competente deve declarar o término da fase de emergência, empregando os canais de comunicação disponíveis (jornal, rádio, televisão). Nesta fase, deve ser dada continuidade aos trabalhos finais de descontaminação e restauração das áreas afetadas, gerenciamento dos rejeitos radioativos gerados, bem como acompanhamento médico das vítimas.

2.11.2 - Plano de Emergência

Além dos procedimentos que devem ser adotados pelos usuários de fontes de radiação ionizante para prevenir, tanto quanto possível, a ocorrência de incidentes e acidentes, planos para atuação em situações de emergência devem ser elaborados no sentido de limitar as conseqüências de qualquer ocorrência anormal, incidente ou acidente que possam ser, tanto quanto possível, previstos.

O Plano de Emergência deve demonstrar que, na eventualidade de um incidente ou acidente envolvendo radiação ionizante, serão tomadas medidas apropriadas para garantir a saúde e a segurança do público.

O conteúdo, as características e a extensão de planos de emergência devem ser estabelecidos em função do resultado de uma análise de acidentes prováveis, levando também em conta as lições assimiladas da experiência operacional e de acidentes que tenham ocorrido com fontes de radiação semelhantes.

Assim, o Plano de Emergência deve contemplar, além dos tipos de acidentes admissíveis, incluindo o sistema de detecção dos mesmos, os tópicos abordados a seguir, conforme apropriado.

2.11.2.1 - Responsabilidades e Procedimentos para Notificação às Autoridades Competentes e Público

As responsabilidades de cada indivíduo e organização envolvidos no processo de resposta a um incidente ou acidente radiológico devem estar muito bem estabelecidas, de forma a viabilizar um gerenciamento harmonioso do processo de intervenção. Ademais, as pessoas designadas para atuar em incidentes/acidentes devem ser adequadamente treinadas e estarem familiarizadas com suas tarefas específicas. Para tanto, os procedimentos devem ser ensaiados, por meio de exercícios periódicos de simulação de acidentes, sendo importante a participação, nessas simulações, de outras pessoas e autoridades cuja assistência seja necessária em caso de acidente real.

A pronta notificação de um acidente às autoridades competentes é extremamente importante no sentido de restringir suas conseqüências, sendo que instruções a serem seguidas para comunicação com órgãos que podem prestar auxílio imediato (Corpo de Bombeiros, Hospitais, Polícia, etc.) devem estar facilmente acessíveis.

A CNEN, possui uma estrutura montada para averiguar eventos radiológicos, podendo fornecer dados para orientar a equipe envolvida e enviar especialistas para avaliar a magnitude do evento ou ainda, deflagrar seu sistema de resposta à situação de emergência.

Sobre o procedimento de comunicação, é extremamente importante que seja designado um único porta voz para manter o público informado sobre o acidente e suas conseqüências, bem como sobre as ações que venham a ser tomadas pelas autoridades envolvidas no controle da emergência, evitando, assim, a disseminação de informações errôneas, contraditórias ou alarmistas.

2.11.2.2 - Níveis de Intervenção e de Ação para Proteção Imediata

Quando o acréscimo de dose decorrente de um procedimento adotado sem uma ação protetora possa levar à exposição de indivíduos, num dado período de tempo, a níveis de radiação que venham a causar danos sérios, a intervenção é totalmente justificada e tem por objetivo reduzir ou mesmo evitar essa exposição.

A **Agência Internacional de Energia Atômica, AIEA**, baseada em princípios gerais que governam a seleção de níveis de intervenção para emergências radiológicas recomendados internacionalmente, sugere alguns valores de níveis de intervenção para tomada de ações protetoras urgentes, conforme se segue.

Ações Protetoras Urgentes	Níveis de Intervenção Genericamente Otimizados	Observações
Abrigagem	10 mSv	dose evitada em, no máximo, 2 dias
Evacuação Temporária	50 mSv	dose evitada em, no máximo, 1 semana
Profilaxia de Iodo	100 mGy	dose absorvida comprometida evitada na tireóide

Os valores de níveis de intervenção devem estar otimizados para a implementação de ações protetoras relevantes levando, no entanto, em consideração que determinados valores de dose, para os quais a intervenção é quase sempre necessária, não devem ser excedidos.

2.11.2.3 - Isolamento de Áreas, Blindagem, Evacuação

O isolamento da área onde tenha ocorrido um incidente ou acidente é, normalmente, a primeira providência a ser tomada para impedir o acesso de leigos ao local, protegendo o público de possíveis irradiação externa, inalação de radionuclídeos suspensos no ar e ingestão inadvertida de material radioativo decorrente do contato com superfícies contaminadas.

A possibilidade de prover blindagem para a fonte radioativa que esteja fora de controle deve ser considerada pelo pessoal técnico envolvido no resgate.

Um exemplo simples de como recuperar o controle da fonte é o emprego de recipientes metálicos para acondicionamento do material radioativo que tenha perdido a blindagem.

Fontes seladas podem, também, ser imersas em balde com água ou areia, para atenuar as taxas de exposição. No caso de pequenas áreas contaminadas, podem ser utilizados cobertores, plásticos ou outros materiais adequados para cobrir a região afetada e evitar dispersão.

Quando a dispersão de material radioativo for acentuada, a decisão para evacuação de pessoas deve ser tomada pela Autoridade Competente, levando em conta os pareceres técnicos de profissionais do setor nuclear.

2.11.2.4 - Descontaminação de Pessoal e de Áreas

A descontaminação de pessoas sob suspeita de contaminação, a princípio, deve ser feita imediatamente, por meio de remoção de roupas e banho, com água em profusão, sendo recomendável, em seguida, a assistência médica especializada. As roupas e demais materiais contaminados devem ser recolhidos para posterior descontaminação ou tratamento como rejeito radioativo.

A descontaminação deve ser iniciada pelo método mais simples e, se necessário, dada continuidade empregando os demais métodos, em ordem crescente de severidade.

O estabelecimento de controles para ingestão de alimentos e água é, também, fundamental no sentido de evitar a propagação de contaminação radioativa em seres vivos.

2.11.2.5 - Procedimentos p/ treinamento, Exercícios e Atualização do Plano

Deve ser promovido pela Direção da Instalação, periodicamente, curso de treinamento em prevenção de acidentes radiológicos, dando ênfase à divulgação das normas e procedimentos de segurança pertinentes, de modo a despertar, por meio de processo educativo, o interesse dos usuários de material radioativo em melhorar seu desempenho quanto à segurança radiológica.

A realização de exercícios de simulação de acidentes é muito importante para assegurar que o pessoal envolvido nas ações de resposta a emergências radiológicas esteja familiarizado com suas tarefas específicas, como, por exemplo, resgate de fontes radioativas, levantamentos radiométricos, descontaminação de áreas e de pessoas, bem como gerenciamento de rejeitos radioativos. Os exercícios de simulação são, também, muito úteis para avaliar a capacidade de resposta bem como identificar e corrigir deficiências encontradas.

Situações anormais como, por exemplo, perda ou roubo da fonte radioativa, ruptura do recipiente de contenção da fonte, incêndio ou inundação da Instalação e que podem provocar incidentes (eventos cujas conseqüências estejam restritas à área da Instalação) ou acidentes (eventos cujas conseqüências atingem a área externa da Instalação) devem ser consideradas como cenários para a análise de acidentes, com o decorrente estabelecimento de procedimentos a serem seguidos para evitar ou minimizar as possíveis conseqüências radiológicas.

O Plano de Emergência dever ser mantido atualizado, em particular a listagem de pessoas, incluindo especialistas, que serão convocadas a atuar no sentido de mitigar as conseqüências de incidentes ou acidentes envolvendo material radioativo.

2.11.3 - Relatório do evento

Qualquer evento que possa expor o público ou o IOE a níveis de radiação que acarretem doses superiores aos respectivos limites de dose estabelecidos pela CNEN deve ser notificado àquela Autoridade Competente, em caráter de urgência, e registrado em livro próprio, no mesmo dia da ocorrência, devendo ser mantido em arquivo todas as comunicações e relatórios, juntamente com os resultados das investigações realizadas.

Os relatórios de ocorrências anormais devem ser avaliados pela Autoridade Competente com os objetivos de extrair lições do ocorrido e introduzir aprimoramentos na área de segurança.

O relatório detalhado das situações deve conter, no que for aplicável, pelo menos as seguintes informações:

a) descrição do evento, incluindo local, data e hora;

b) identificação de cada equipamento gerador de radiação ionizante e de cada radionuclídeo, com respectiva atividade;

c) identificação de pessoas envolvidas e/ou áreas irradiadas/contaminadas;

d) causas do evento e reconstituição do acidente, incluindo, se possível, documentação fotográfica ou croqui;

e) estimativa das doses recebidas pelas pessoas envolvidas e providências tomadas com respeito a indivíduos expostos à radiação;

f) resultados de exames clínicos e laboratoriais realizados e de medidores individuais solicitados em caráter de urgência;

g) planejamento feito para retorno à situação normal;

h) medidas a serem tomadas para evitar reincidência; e

i) declarações sobre o evento, assinadas pelas pessoas envolvidas.